

СТАТЬИ

УДК 621.311.25 + 621.039.51

РАЗВИТИЕ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ, В РОССИИ И ЗА РУБЕЖОМ

Глебов А.П., Клушин А.В. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)

В 2013 г. в Китае состоялись две международные конференции, посвященные инновационным направлениям реакторов. На первой, состоявшейся в марте в г. Шеньжень, было представлено около 100 докладов, посвященных реакторам, охлаждаемым водой сверхкритических параметров.

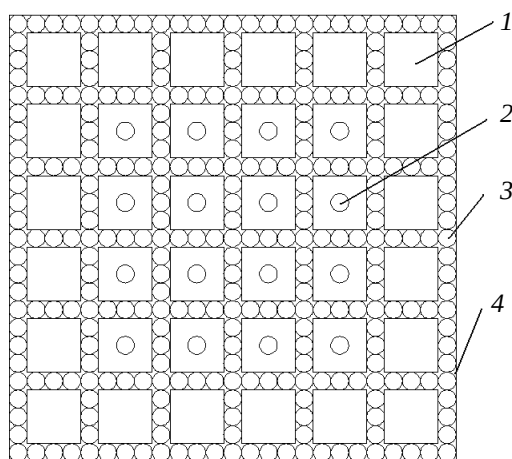
Работа второй конференции, проведенной в июле—августе в г. Ченду, была организована в 17 секциях, на которых были рассмотрены основные вопросы АЭС — эксплуатация, защита, безопасность, теплогидравлика, материалы, топливный цикл. Особое внимание было уделено подготовке молодых специалистов.

По докладам, представленным на конференциях, можно сделать вывод об интенсивном развитии ядерной энергетики, в том числе реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя в Азии. Кроме Японии и Южной Кореи, по темпам строительства новых АЭС лидирует Китай. Если сейчас доля атомной энергии, произведенной на АЭС, в Китае составляет 1,8% (12,9 ГВт), то к 2020 г. планируется ее увеличение до 18% — 60 ГВт.

Развитие водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя. В настоящее время разработки по данной тематике ведутся более чем в 15 странах (табл. 1). Зарубежные специалисты первоочередной задачей считают разработку реактора с тепловым спектром нейтронов, затем предполагается переход к реактору с быстрым спектром нейтронов. За основу принят японский проект с началом финансирования в 2000 г. [1]. Активная зона SCLWR охлаждается водой под давлением 25 МПа, температурой 280 °С на входе и 508 °С на выходе, состоит из 96 квадратных ТВС размером 300×300 мм (рис. 1). ТВС состоит из 301 твэла и 36 квадратных стержней с водой, в 16 из них расположены направленные трубки СУЗ. Питательная вода, поступающая сверху вниз, охлаждает корпус реактора и заполняет стержни с водой. В нижней части активной зоны потоки смешиваются и, поднимаясь в полостях с твэлами, нагреваются. Такой реактор позволяет существенно улучшить экономические показатели АЭС, однако потребуются обогащенный уран, образуется большое количество отработавшего

Таблица 1. Характеристики проектов водоохлаждаемых реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя

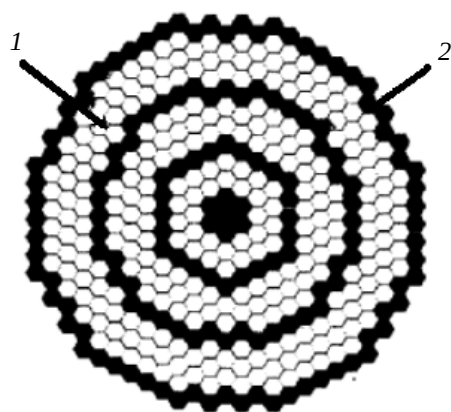
Параметр	SCWR (Корея)	SCLWR (Япония)	CANDU ⁺ (Канада)	HPLWR (Евросоюз)	SCWR (Китай)	SCFR (Япония)	ВВЭР-СКД (Россия)
Мощность, МВт:							
тепловая	3989	2273	2540	2188	2284	3832	3830
электрическая	1739	950	1220	1000	1000	1698	1700
К.п.д., %	43,7	42	48	44	43	44,3	43,5
Температура, °С:							
воды	350	280	350	280	280	280	290
пара	510	508	625	508	500	523	540
Давление пара, МПа	25	25	25	25	25	25	25
Расход воды, кг/с	2518	1816	1312	1113	1177	1897	1880



Р и с. 1. Картридж TBC SCLWR с тепловым спектром нейтронов: 1 — водяной стержень; 2 — стержень СУЗ; 3 — ТВЭЛ; 4 — канал

топлива. Кроме того, он не будет удовлетворять требованиям замыкания топливного цикла.

Японские ученые предложили проект реактора с быстрым спектром нейтронов SCFR [2], в котором предполагается использовать топливо на основе оксидов из обедненного урана и урана, обогащенного плутонием (рис. 2). Активная зона набирается из 270 TBC с топливом из $UO_2 + PuO_2$ и 163 TBC — зоны blankets с топливом из обедненного урана UO_2 . Корпус реактора и зоны blankets охлаждаются водой температурой 280 °С и давлением 25 МПа при движении сверху вниз. Эти потоки внизу смешиваются и в подъемном тракте охлаждают активную зону при температуре теплоносителя на выходе 523 °С. Тесная решетка ТВЭлов, быстрый спектр нейтронов, существенно изменяющийся по высоте активной зоны, с зонами blankets позволяют получить коэффициент воспроизводства топлива больше 1 ($KB = 1,034$). Для вы-

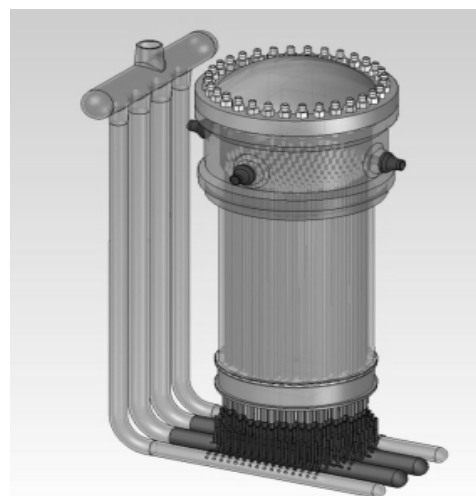


Р и с. 2. Размещение TBC SCFR (Япония) с быстрым спектром нейтронов: 1 — зона деления; 2 — blanket

равнивания поля энерговыделения требуется увеличение обогащения топлива в верхней половине активной зоны, что приводит к положительному эффекту реактивности при обезвреживании активной зоны. Для получения отрицательного пустотного коэффициента реактивности предлагается введение TBC blankets из обедненного урана, для усиления поглощения нейтронов вводится замедлитель $ZrH_{1,7}$ в наружном слое TBC blankets.

Эти две концепции реакторов в последующие годы развивались и совершенствовались, что было отражено в докладах конференций. Так, для реактора с тепловым спектром нейтронов в китайском варианте TBC предлагается вокруг «водяных столбов» размещать по два или три ряда ТВЭлов для увеличения удельной мощности [3]. В европейском варианте реактора предлагается использовать трехходовую схему охлаждения с началом движения теплоносителя в центральной зоне восходящим потоком, затем поворот, в средней зоне — опускное движение, в периферийной — восходящий поток теплоносителя. Тем самым подогрев теплоносителя делится на три участка [4]. В Канаде разрабатывается вертикальный CANDU⁺ электрической мощностью 300 МВт со 120 технологическими каналами с температурой теплоносителя 350 °С на входе и 625 °С на выходе при давлении 25 МПа (рис. 3). На второй стадии будет разрабатываться реактор электрической мощностью 1220 МВт, к.п.д. 50% [5].

Для реактора с быстрым спектром нейтронов при сохранении общей схемы варьируется число TBC, мощность и размещение TBC blankets.



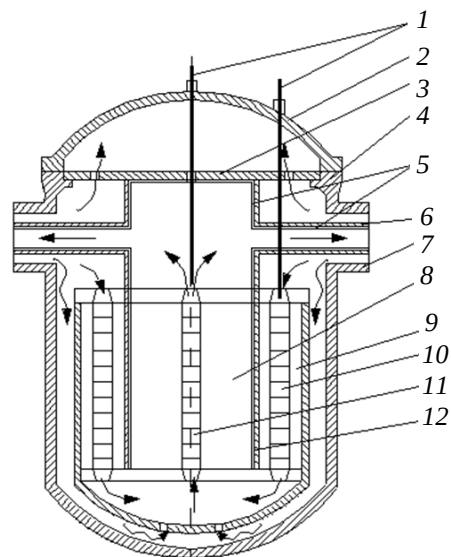
Р и с. 3. Вертикальный реактор CANDU⁺ (Канада)

кета в виде отдельных или объединенных по семь ТВС, а не сплошных concentрических зон [6]. При таком расположении ТВС бланкета будут меньше деформировать энерговыделение.

Разрабатываемый в нашей стране водоохлаждаемый реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя опирается на опыт эксплуатации ВВЭР, многолетний мировой опыт работы тепловых электростанций, в которых используется водяной пар сверхкритических параметров (25—37 МПа, 540—700 °С, 620—700 °С), а также на разработки ЯЭУ с ядерным перегревом пара, опыт эксплуатации пароперегревателей твэлов на Белоярской АЭС (540—560 °С).

В нашей стране совместно ГНЦ РФ — ФЭИ, ОАО ОКБ «Гидропресс» и НИЦ «Курчатовский институт» разработана концепция ВВЭР-СКД с двумя вариантами активной зоны с тепловым и быстрым спектром нейтронов при различных схемах теплоотвода. Определены основные характеристики, конструкция, материалы, схемные решения по энергоблоку, рассмотрены вопросы безопасности, водной химии и др. В настоящее время работа ведется по одноконтурной ЯЭУ со сверхкритическими параметрами теплоносителя при двухходовой схеме охлаждения и быстро-резонансным спектром нейтронов электрической мощностью 1700 МВт [7].

В соответствии с предлагаемой схемой охлаждения активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС 121 и 120 соответственно (рис. 4). Периферийная зона охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. В нижней части активной зоны в камере смещения потоки теплоносителя из периферийных ТВС объединяются и поступают на вход в центральную, которая охлаждается при движении теплоносителя снизу вверх. В опускном участке теплоноситель будет нагреваться до 385 °С, плотность изменяться примерно в 3 раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит до 540 °С, плотность изменится в 2,2 раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а вследствие изменения по радиусу не потребуется сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны, пустотный эффект будет отрицательным без введения бланкета. Все конструкции ТВС по



Р и с. 4. Схема охлаждения реактора ВВЭР-СКД: 1 — стержни СУЗ; 2 — крышка; 3 — внутренняя крышка; 4 — корпус; 5 — теплоизоляция; 6, 7 — выходной и входной патрубков соответственно; 8 — активная зона; 9 — шахта; 10, 11 — ТВС опускного и подъемного участка соответственно; 12 — разделительная обечайка

сравнению с одноходовой схемой охлаждения будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры.

В связи с уменьшением расхода теплоносителя примерно в 10 раз по сравнению с ВВЭР его скорость будет небольшой, потери на трение составят ~1,2 МПа. При повышении скорости теплоносителя в 2 раза возрастет в 1,7 раза коэффициент теплоотдачи, что приведет к снижению температуры оболочки твэла и улучшит его работоспособность. Этот реактор рассматривается в качестве перспективы развития ВВЭР с возможностью перехода к замкнутому топливному циклу [8, 9].

Преимущества ВВЭР-СКД следующие:

высокоэнергетический (быстро-резонансный) спектр нейтронов, позволяющий достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около 1), сократить расход урана, обеспечить использование ^{238}U с выжиганием Am, Np, Cm;

повышенный до 44—45% коэффициент полезного действия цикла вместо 33—34%;

уменьшенный расход теплоносителя через активную зону, обусловленный возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне на 250 °С по сравнению с 30—35 °С;

прямоточная схема АЭС, позволяющая отказаться от оборудования второго контура — парогенераторов, насосов и др.;

применение освоенного серийного оборудования машинного зала (турбины, подогреватели);

упрощение систем безопасности по сравнению с ВВЭР, повышение водородной безопасности при исключении циркониевых сплавов;

значительное уменьшение объема защитной оболочки и строительных работ;

меньшая удельная металлоемкость. Для БН-350 этот показатель равен 17,7, БН-600 — 13, БН-800 — 9,7, ВВЭР-1000 — 3,25, ВВЭР-СКД — 1,5 т/МВт соответственно;

сокращение эксплуатационных затрат.

Научно-технические решения для разработки ВВЭР-СКД. Для обоснования и проектирования экспериментального реактора тепловой мощностью 30 МВт необходимо определить приемлемые коэффициенты неравномерности энерговыделения в объеме активной зоны, коэффициент воспроизводства топлива КВ и выгорания, обеспечить отрицательные коэффициенты реактивности в разных режимах работы. Материал корпуса и оболочек твэлов предстоит выбрать на основании опыта эксплуатации БОР-60, БН-350, -600. Вероятно, это будут хромоникелевые сплавы ($17\text{Cr}13\text{Ni}2\text{Mo}$), интенсивность облучения в ВВЭР-СКД в 2—3 раза ниже, чем в быстром реакторе. Особенности теплогидравлических процессов в таком реакторе — значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах (температура в критической точке 374°C и давление 22 МПа). При давлении меньше и больше критического зависимость коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления изучена применительно к каналам разной формы. При околокритических параметрах эти характеристики измерить труднее. В настоящее время неопределенность (погрешность) в расчете коэффициентов теплоотдачи для каналов простой формы (круглая труба, плоская щель) составляет около $\pm 15\%$. Для начального этапа разработок такой неопределенности (точности) достаточно, но необходимы дополнительные эксперименты в каналах простой и сложных форм, в первую очередь на пучках стержней с тесной упаковкой. Предстоит также исследовать процессы перемешивания струй «холодной» (температура меньше критической) и «горячей

воды» (температура больше критической) для выявления неустойчивых режимов.

Специфика применения воды околокритических параметров в ядерных реакторах связана с воздействием излучения и возникающего радиоллиза. Предстоит оценить и экспериментально исследовать это явление в высокоэнергетическом спектре нейтронов, включая массоперенос продуктов коррозии и радионуклидов.

Системы безопасности ВВЭР-СКД аналогичны применяемым в ВВЭР-1000. Особенностью как экспериментального ВВЭР-СКД-30, так и ВВЭР-СКД может быть организация естественной циркуляции в контуре с помощью специальных устройств или отдельных каналов для отвода тепла.

Предстоит разработать и верифицировать программные средства, включая коды улучшенной оценки, для связанных расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ВВЭР-СКД, которые будут учитывать сложный характер изменения свойств теплоносителя в пределах рабочей температуры на входе и выходе из реактора 350 и 550°C соответственно.

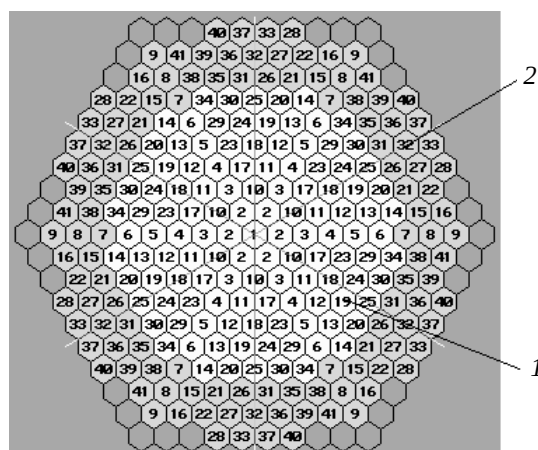
Экспериментальный реактор ВВЭР-СКД-30. В одном из докладов специалистов ФЭИ рассматривались особенности экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30, охлаждаемого водой сверхкритических параметров (давление 25 МПа, температура на входе и выходе 290 и 540°C соответственно), тепловой мощностью 30 МВт [10]. Реактор характеризуется быстро-резонансным спектром нейтронов и двухходовой схемой охлаждения теплоносителя. Рассматривалось использование в реакторе различных топливных загрузок и схем перегрузок ТВС в процессе выгорания топлива. Характеристики вариантов активной зоны экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 следующие:

Топливо . . .	UO_2	$(\text{U}+\text{Pu}_{\text{оруж}})\text{O}_2$	$(\text{U}+\text{Pu}_{\text{энерг}})\text{O}_2$
Активная зона, см:			
$d_{\text{экв}}$. . .	73,9	66,1	66,1
h . . .	85	70	70
Число ТВС в активной зоне:			
центральная зона . . .	91	73	73
периферийная . . .	90	72	72
Шаг ТВС, см . . .	5,23	5,23	5,23
Число твэлов в ТВС:			
центральная зона . . .	19	19	19
периферийная . . .	18	18	18

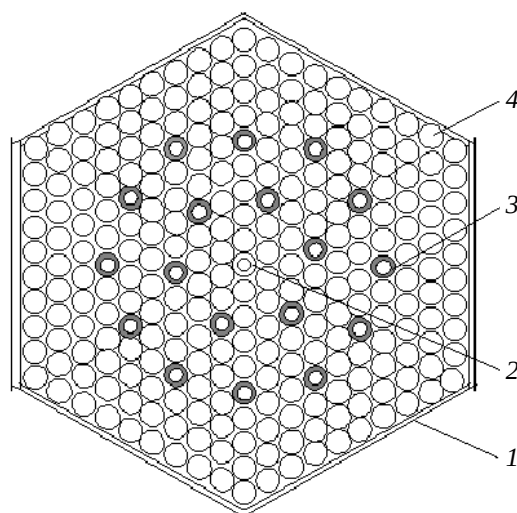
Шаг размещения ТВЭЛОВ, мм . . .	12	12	12
Оболочка ТВЭЛОВ, мм:			
диаметр . . .	10,7	10,7	10,7
толщина . . .	0,55	0,55	0,55
Масса загружаемого в реактор, кг:			
топлива . . .	1728,4	1139,2	1159,7
делящихся изотопов . . .	345,7	256,6	236,1
Среднее обогащение делящимися изотопами, % . . .	20	20,36	21,9
Длительность кампании ТВС, эф. сут . . .	4×270	4×250	4×260
Энерговыработка выгружаемых ТВС, МВт·сут/кг тяж. ат.:			
средняя . . .	19	29,6	32,3
максимальная . . .	27,2	36,7	43,3
Запас реактивности, % . . .	0,93	1,38	1,73
Максимальный коэффи- циент неравномерности энерговыведения:			
K_q . . .	1,18	1,22	1,22
K_v . . .	1,59	1,60	1,63
Коэффициент воспроиз- водства (средний по активной зоне) . . .	0,89	0,9	0,9
Максимальная плот- ность потока нейтронов, $10^{14} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$:			
быстрых			
($E \geq 0,11 \text{ МэВ}$) . . .	3,91	5,83	5,18
полная ($E \geq 4 \text{ эВ}$) . . .	6,63	9,87	8,85
Средняя удельная энер- гонапряженность актив- ной зоны, Вт/см ³ . . .	82,4	125	125
Средний тепловой поток с поверхности ТВЭЛОВ, Вт/см . . .	105,4	159,7	159,7

Цели проекта — отработка концепций ВВЭР-СКД проектных решений по конструкции активной зоны и реактора, испытание и обоснование выбранных материалов, водно-химических режимов, проектных режимов, исследование безопасности.

ВВЭР-СКД для использования в замкнутом топливном цикле (рис. 5, 6). Топливная композиция ВВЭР-СКД представляет собой смесь отработавшего ядерного топлива ВВЭР и оружейного плутония. При эффективной плотности смеси оксидов урана и плутония $9,5 \text{ г/см}^3$ плотность оксида оружейного плутония составляет $0,7 \text{ г/см}^3$. Расчеты проводили с помощью отечественного программного комплекса



Р и с. 5. Картграмма активной зоны реактора ВВЭР-СКД: 1, 2 — ТВС центральной и периферийной зоны соответственно



Р и с. 6. Поперечное сечение ТВС: 1 — чехол толщиной 2,25 мм; 2 — центральная труба размером 12×0,55 мм; 3 — 18 направляющих каналов под поглощающий элемент размером 12×0,55 мм; 4 — 252 ТВЭЛ, оболочка размером 10,7×0,55 мм, шаг 12 мм

WIMS-ACADEM в 5-групповом приближении для трехмерной гексагональной геометрии. Кроме уран-плутониевого топлива, рассматривалась возможность вовлечения тория в смешанных загрузках: в центральной зоне — уран—плутоний, в периферийной — уран—торий или уран—торий во всей активной зоне (табл. 2) [11].

Из приведенных результатов расчетов видно, что из-за особенностей реактора — быстро-резонансного спектра нейтронов, двухходовой схемы охлаждения с более плотным теплоносителем в периферийной зоне пустотный коэффициент реактивности отрицателен в течение всей кампании. При заливе реактора холодной водой

Т а б л и ц а 2. Основные характеристики реактора с уран-плутоний-ториевым топливным циклом

Параметр	U—Pu	Pu—Th	Th
Начальная загрузка топлива, т	135,6	137,3	139
Начальная загрузка делящихся изотопов Pu/ ²³³ U в активную зону, т	11,77/0	5,91/4,8	0/10,8
Загрузка делящихся Pu/ ²³³ U в ТВС, кг	48,86/0	48,86/39,99	50,24/39,46
Обогащение топлива Pu/ ²³³ U, %:			
центральная зона	7,7/0	7,7/0	0/9
периферийная	7,7/0	0/7	0/6,9
Кратность перегрузок	5	5	5
Длительность межперегрузочного интервала, эф. сут	300	310	300
Энерговыработка, МВт·сут/кг тяж. ат.:			
средняя	39,79	42,2	34,6
максимальная	65,4	68,6	47,5
Максимальный коэффициент неравномерности энергосвечения:			
K _q	1,46	1,61	1,67
K _v	2,19	2,62	2,8
Загрузка делящихся изотопов, т/год	2,34	2,11	2,2
Выгрузка делящихся изотопов, т/год	2,18	1,87	1,96
Коэффициент воспроизводства:			
центральная зона	1,013	1,003	0,957
периферийная	0,853	0,769	0,8
средний по активной зоне	0,933	0,887	0,89
Обезвоживание ΔK, %:			
начало кампании	–5,88	–3,24	–6,28
конец кампании	–3,64	–1,4	–2,32

потребуется использование поглощающих стержней с обогащенным бором, но даже и в этом случае в варианте с уран-ториевой топливной загрузкой необходимо введение гадолиния.

В ранних расчетах предлагалось использовать ТВС в чехле, а также разделительную выгородку для исключения протечек между ТВС периферийной и центральной зоны (см. рис. 4—6). Основная часть расчетов проводилась без учета разделительной выгородки. Рассматривались различные варианты ее конструкции: набранная из полых стальных блоков размером, соответствующим размеру ТВС, или сплошной конструкции, состоящей из слоев стали (2 см), теплоизоляции (4 см) и сплава циркония (4 см).

Наличие разделительной выгородки приводит к увеличению обогащения топлива и большей неравномерности энергосвечения по ТВС. Так, для варианта выгородки в виде слоистой конструкции при сохранении кампании топлива 5×300 эф. сут и числа ТВС обогащение оружейным плутонием должно быть увеличено на 4% (до 0,73 г/см³). Однако при наличии выгородки можно перейти к ТВС без чехла, как это принято в ВВЭР-1000, что улучшит теплообмен и снизит максимальную температуру теплоносителя на выходе.

Была рассмотрена топливная загрузка с отличиями от исходной (без учета выгородки): кассеты без чехла с шагом 205 вместо 207 мм, число твэлов, шаг решетки без изменения, в центральной зоне содержание плутония в 25 центральных ТВС принято равным 0,6 г/см³, во всех остальных (центральная и периферийная зоны) без изменения 0,7 г/см³, число ТВС в периферийной зоне принято равным 114 вместо 120, в центральной зоне без изменения — 121, наличие разделительной выгородки имитировалось добавлением в периферийную зону 18 ТВС с материалом, соответствующим гомогенному составу выгородки.

Расчеты показали, что использование ТВС без чехла позволяет сократить расход оружейного плутония на 5% и при этом увеличить кампанию ТВС на 250 эф. сут. Коэффициент воспроизводства не изменится и в среднем по активной зоне составит 0,94. Плотность потока нейтронов в центре активной зоны увеличится в 1,5 раза и составит на конец кампании $1,14 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ ($E \geq 0,11 \text{ МэВ}$), суммарная — $2,26 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

ВВЭР-СКД можно эффективно использовать в замкнутом топливном цикле, поскольку он работает на собственном отработавшем ядерном топливе с добавлением небольшого

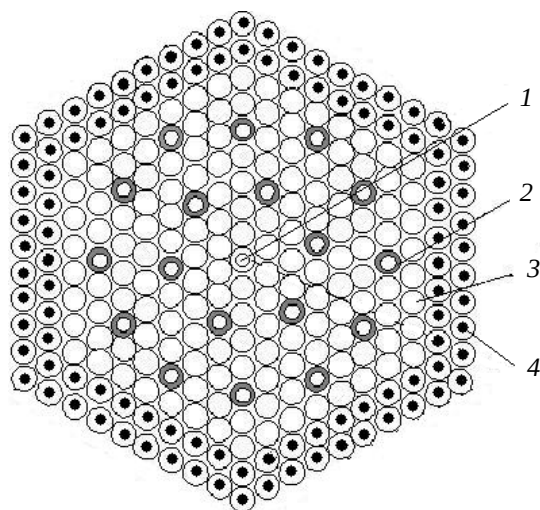
количества плутония, оружейного или из бланкетов быстрых реакторов. В нем может использоваться также уран-плутоний-ториевое топливо.

При обращении с отработавшим топливом основным вопросом становится обращение с $^{241-243}\text{Am}$ и $^{242-245}\text{Cm}$. Изотоп ^{237}Np не отделяется от топлива, вместе с ним делится. Исследования гетерогенного сжигания америция, кюрия в составе топлива части твэлов рабочих ТВС применительно к БН-1200 показали, что за проектную кампанию 5 календарных лет они сгорают только на 45%, следовательно, такие твэлы следует включать в дальнейший рецикл [12].

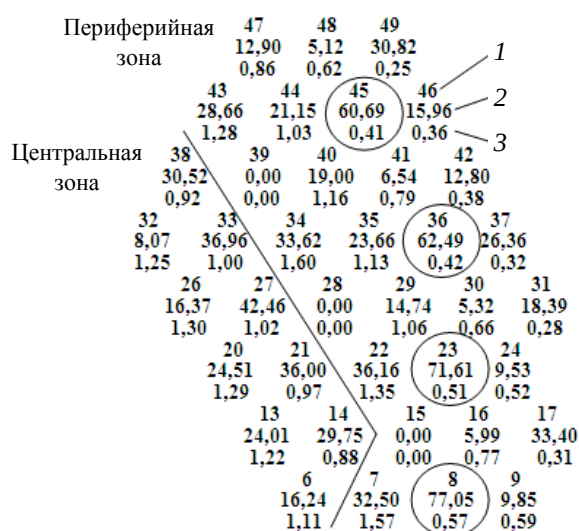
В ВВЭР-СКД можно достичь более глубокого выгорания актиноидов, если разместить ТВС с ними в периферийной зоне в течение двух кампаний по 5 лет [13]. За это время работы в стационарном режиме накопится 1400 кг трансурановых элементов, из них 97% Am, 3% Cm (рис. 7).

Проведены расчеты топливного цикла при стационарном режиме перегрузок, длительности кампании 5 лет для рабочих и 10 лет для ТВС с актиноидами. ТВС 15, 28, 39 имитируют в расчетах наличие разделительной выгородки и соответствуют ее объему и составу (рис. 8).

В твэлах с актиноидами за 10 лет выгорания остается 12% начального содержания, и такие твэлы можно отправлять на длительное захоронение. Всего в 24 ТВС загружается 1230 кг $^{241-243}\text{Am}$. Таким образом, актиноиды, которые накопились в реакторе за 10 лет работы, могут выгореть, и для этого нужно 24 ТВС. Это позво-



Р и с. 7. Поперечное сечение ТВС с Am, Cm: 1 — центральная трубка; 2 — трубки под поглощающие стержни СУЗ; 3, 4 — твэлы со смешанным топливом и америцием, кюрием соответственно



Р и с. 8. Энерговыводка и неравномерность энергоснабжения по ТВС активной зоны с Np, Am, Cm в угле симметрии 60° на конец кампании: 1 — номер ТВС; 2 — выгорание, МВт·сут/кг тяж. ат.; 3 — неравномерность энергоснабжения; ○ — ТВС с актиноидами

лит сэкономить 40 кг плутония в год без существенных изменений неравномерности распределения энергоснабжения по активной зоне.

Заклучение. Анализ зарубежных исследований свидетельствует об их системности, согласованности и, что особенно важно, заблаговременной подготовке кадров. Зарубежные институты проводят совместно с МАГАТЭ специальные курсы по конструкции и технологии SCWR. Для уже работающих специалистов по данному направлению ядерной техники проводятся международные симпозиумы, заседания рабочих групп, на которых обсуждаются практические вопросы, освещаются последние достижения в области реакторной физики, материалов, химии воды и коррозии, теплогидравлики, безопасности, тепловых схем АЭС и др.

Накопленные за последние 10 лет в нашей стране знания и экспериментальная база позволяют уточнить разработанную ранее концепцию, наметить план первоочередных исследований, составить техническое задание и приступить к проектированию экспериментального реактора небольшой мощности 30 МВт.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Oka Y., Koshizuka S. Design concept of once-through cycle supercritical-pressure light water cooled reactors. — In: Proc. of the First Intern. Symp. on Supercritical Water-Cooled Reactors. Japan, 6—9 Nov., 2000, Rep. 101, p. 1—22.

2. **Wu J., Oka Y.** Core design of super LWR with double tube water rods. — In: ISSWCR-6. China, 2013, Paper 13009.
3. **Zang W.** Preliminary core conceptual design of 1000 MWe SCWR. — Ibid., Paper 13066.
4. **Schulenberg T.** Supercritical water-cooled reactor (SCWR). — In: Report on the Working Group IAEA on SCWR Programme. Canada, 19—23 September, 2011.
5. **Yetisir M., Gaudet M., Rhodes D.** Development and Integration of Canadian SCWR concept with counter-flow fuel assembly. — In: ISSWCR-6. China, 2013, Paper 13059.
6. **Lui B., Cao L., Wu H., Zheng Y.** Three-dimensional core analysis on the breeding capability of the super fast reactor. — Ibid., Paper 13121.
7. **Глебов А.П., Клушин А.В.** Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. — Атомная энергия, 2006, т. 100, вып. 5, с. 349—355.
8. **Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В., Украинцев В.Ф.** Использование реактора, охлаждаемого водой сверхкритического давления — ВВЭР-СКД, в замкнутом топливном цикле. — Известия вузов. Ядерная энергетика, 2010, № 3, с. 18—31.
9. **Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Кириллов П.Л., Клушин А.В.** Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления ВВЭР-СКД, — основной претендент в Супер-ВВЭР: Препринт ФЭИ-3188, 2010.
10. **Baranaev Y.D., Glebov A.P., Kirillov P.L., Klushin A.V.** Neutronic characteristics of a 30 MWt SCW experimental reactor: from water-cooled power reactor technology to a direct cycle nuclear reactor with supercritical water parameters and fast neutron spectrum. — In: ISSWCR-6. China, 2013, Paper 13108.
11. **Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Y.D., Kirillov P.L.** Presearch of features of U—Pu—Th fuel cycle and its use for burning up of minor actinides in supercritical water-cooled reactor with fast neutron spectrum. — In: ICONE-21. China, 2013, Paper 16888.
12. **Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др.** Активная зона и топливный цикл для перспективного натриевого реактора. — Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 4, с. 206—211.
13. **Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В.** Активная зона с быстро-резонансным спектром нейтронов со сверхкритическим давлением воды. Патент РФ 2485612 от 5.03.2012. — Бюл. «Изобретения. Полезные модели», 2013, № 17, с. 45.

Поступила в Редакцию 16.12.13

УДК 621.039+681.3.06

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ АЛГОРИТМОВ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ИНДИКАТРИСЫ РАССЕЯНИЯ В ВЕРОЯТНОСТНОМ МЕТОДЕ ДИСКРЕТНЫХ ОРДИНАТ

Сироткин А.М., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В., Хромова М.Ф. (НИЯУ МИФИ, г. Москва)

При решении задач расчета переноса нейтронов и γ -квантов в защите и системах с локализованным источником возникает проблема корректного учета анизотропии рассеяния. Такие задачи выделяются, с одной стороны, наличием сильно анизотропного поля частиц, с другой, необходимостью получения детального энергетического распределения, в котором большую долю составляют частицы с высокой энергией.

С развитием вычислительной техники возрастают возможности повышения точности расчетов за счет увеличения порядков аппроксимации и параметров расчетных схем. В этой ситуации потребность корректно описать процесс рассеяния лишь усиливается, поскольку исчезает эффект «замазывания», связанный с грубыми сетками и приближениями низкого порядка.

В настоящей работе представлен способ описания рассеяния в уравнениях вероятностного метода дискретных ординат. Кроме того,

сравниваются алгоритмы, позволяющие корректно вычислять источник рассеяния.

Интеграл столкновений в уравнениях вероятностного метода дискретных ординат. При выводе уравнений вероятностного метода дискретных ординат [1, 2] распределение потока частиц в системе описывается в многогрупповом приближении

$$\varphi_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}), \quad g = 1, 2, \dots, Ng,$$

где $(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega})$ — точка фазового пространства; g — номер энергетической группы.

Для получения функции, характеризующей распределение интенсивности объемных источников, вычисляется интеграл столкновений

$$Q_s(\mathbf{r}, g, \boldsymbol{\Omega}) = \sum_{g'=1}^{N_g} \int_{4\pi} d\boldsymbol{\Omega}' \Sigma_s(\mathbf{r}, g, \boldsymbol{\Omega} \leftarrow g', \boldsymbol{\Omega}') \times \varphi_{g'}(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}'), \quad (1)$$

где $\Sigma_s(\mathbf{r}, g, \boldsymbol{\Omega} \leftarrow g', \boldsymbol{\Omega}')$ — сечение рассеяния в точке фазового пространства из группы g' в